JOURNAL OF RADIATION INDUSTRY

Technical article

17(4) : 509-518 (2023)
https://doi.org/10.23042/radin.2023.17.4.509

극저준위 콘크리트, 금속 해체방폐물의 방사선적 특성을 고려한 매립형 처분시설 방사선작업자 예비 피폭선량 평가

도호석[1,*], 조예슬[1], 강현구[1], 하재철[1]

[1]한국원자력환경공단

Preliminary Radiation Exposure Dose Evaluation for Workers of the Landfill Disposal Facility Considering the Radiological Characteristics of Very Low Level Concrete and Metal Decommissioning Wastes

Ho-Seog Dho[1,*], Ye-Seul Cho[1], Hyun-Goo Kang[1] and Jae-Chul Ha[1]

[1]Korea Radioactive Waste Agency, 174, Gajeong-ro, Yuseong-Gu, Daejeon 34129, Republic of Korea

Abstract The Kori Unit 1 nuclear power plant, which is planned to be dismantled after permanent shutdown, is expected to generate a large amount of various types of radioactive waste during the dismantling process. For the disposal of Very-low-level waste, which is expected to account for the largest amount of generation, the Korea Radioactive waste Agency (KORAD) is in the process of detailed design to build a 3-phase landfill disposal facility in Gyeongju. In addition, a large container is being developed to efficiently dispose of metal and concrete waste, which are mainly generated as Very low-level waste of decommissioning. In this study, based on the design characteristics of the 3-phase landfill disposal facility and the large container under development, radiation exposure dose evaluation was performed considering the normal and accident scenarios of radiation workers during operation. The direct exposure dose evaluation of workers during normal operation was performed using the MCNP computer program, and the internal and external exposure dose evaluation due to damage to the decommissioning waste package during a drop accident was performed based on the evaluation method of ICRP. For the assumed scenario, the exposure dose of worker was calculated to determine whether the exposure dose standards in the domestic nuclear safety act were satisfied. As a result of the evaluation, it was confirmed that the result was quite low, and the result that satisfied the standard limit was confirmed, and the radiational disposal suitability for the 3-phase landfill disposal facility of the large container for dismantled radioactive waste, which is currently under development, was confirmed.

Key words: Very-Low-Level Radioactive waste, Landfill disposal facility, Normal/Accident scenarios, Exposure dose Evaluation, Radiational disposal suitability

1. 서 론

원자력안전위원회 고시 제2023-7호 방사성폐기물 분류 및 자체처분 기준에 관한 규정의 제3조 방사성폐기물의 분류 기준에 따라 중·저준위방사성폐기물 중에서 방사능농도가 자체처분 허용농도 이상이고, 자체처분 허용

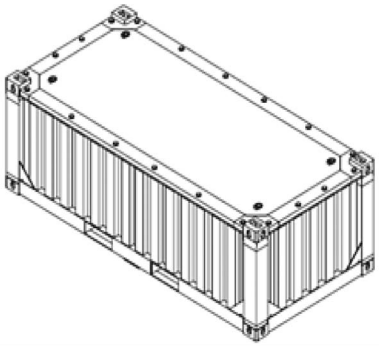
http://www.ksri.kr/

Copyright © 2023 by
Korean Society of Radiation Industry

***Corresponding author.** Ho-Seog Dho
Tel. +82-54-750-4231 Fax. +82-54-750-4249 E-mail. ehghtjr@korad.or.kr

Received 16 October 2023 **Revised** 8 November 2023 **Accepted** 10 November 2023

Table 1. Design specification of PT1 container

Type	PT1
3D view	
Size [mm]	(W)1,600 × (L)3,400 × (H)1,200
Composition	Metal container
Weight [ton]	35t (Container 2.37t + Waste 32.63t)
Waste	Metal ingot
Radioactive waste level	LLW/VLLW

농도의 100배 미만인 방사성폐기물로 정의되는 극저준위 방사성폐기물은 향후 원자력발전소의 해체가 본격적으로 추진되면 대량으로 발생할 것으로 예상되는데, 이러한 방대한 양의 극저준위 해체 방폐물을 기존 방폐물 포장물인 200 L 드럼을 이용하여 처분할 경우, 한정된 중·저준위 방사성폐기물 처분장의 효율적인 이용이 어렵고, 극저준위 방폐물의 처분비용이 과다하게 소요될 수 있을 것으로 판단된다. 이에 한국원자력환경공단(Korea Radioactive waste agency)에서는 원전 해체방폐물의 안전하고 효율적인 처분을 위한 신규 대형용기를 개발하고 있으며, 그중 극저준위 방폐물 용기 2종에 대한 설계와 안전성 시험을 완료하였다. 우리나라의 방사성폐기물 분류에 따른 처분방식과 원자력 주요 국가의 처분방식 경험을 바탕으로 3단계 처분시설의 개념은 공학적 표층 매립형 처분시설로 선정되었으며, 현재 공단에서는 2020년 개념설계를 완료하고 2021년 11월 종합설계를 시작하였다. 3단계 매립형 처분시설은 극저준위 방사성폐기물을 대상으로 하며 처분대상 폐기물로는 200L 드럼을 기준으로 총 26만 드럼(3-1단계 16만, 3-2단계 10만)을 처분할 계획이다. 처분 대상 포장물로는 운영방폐물 200L, 320L 철재 드럼이며, 비규격 용기와 개발중인 신규 해체방폐물 처분용기는 처분적합성 여부에 대한 평가가 필요하다.

이에 본 연구에서는 건설 예정인 3단계 매립형 처분시설의 설계 특성을 고려하여 처분구역에서 취급하는 극저준위 방사화 해체 콘크리트 및 금속 해체 방사성폐기물 대상으로 신형 처분용기가 운영되는 상황을 고려한 정상 및 사고 시나리오 시 작업종사자의 피폭선량을 평가를 통해 국내 규제여건 만족 여부를 확인하였다.

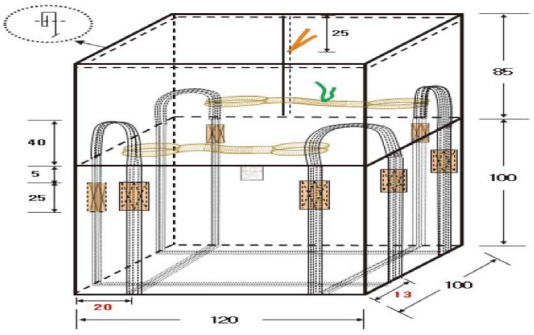
2. 재료 및 방법

본 연구를 위한 처분대상 극저준위 방폐물 대형 처분용기 및 3단계 매립형 처분시설의 설계 특성, 극저준위 해체 방사성폐기물 선원항 그리고 정상운영 및 운영 중 사고시나리오별 가정사항 및 작업자 피폭선량 평가방법 및 결과에 대한 내용은 다음과 같다.

2.1. 극저준위 방폐물 대형 처분용기

한국원자력환경공단에서 발표한 해체폐기물 관리 방안 시나리오 분석 보고서에 따르면, 향후 2090년까지 국내에서 발생될 원전 해체 후 방사성폐기물 중 극저준위 폐기물은 전체의 약 67% 이상으로 가장 많은 양을 차지하고 있으며 잡고체, 콘크리트류 및 금속류 등의 형태로 발생

Table 2. Design specification of P4 container

Type	P4
3D view	
Size [mm]	(W)1,000 × (L)1,200 × (H)1,000
Composition	Polypropylene + Impact absorber bag + Waterproof bag
Weight [ton]	2.5
Waste	Soil, Scabbled concrete
Radioactive waste level	VLLW

될 것으로 예상하고 있다. 극저준위 금속 해체방폐물의 경우 원자로 압력용기, 증기발생기 그리고 2차측 계통 구조물에서 발생한다. 원전 구조물 및 원자로 생차폐 콘크리트의 해체과정에서 발생하는 콘크리트 조각 및 스캐블링 콘크리트 폐기물은 극저준위 방사성폐기물로 분류되며, 해당 폐기물은 금속류를 제외하고 가장 많은 양을 차지한다[1]. 원전 해체시 발생되는 주요 극저준위 방사성폐기물인 금속과 콘크리트 방폐물은 안전하고 효율적인 방법으로 처분이 이루어져야 할 것으로 예상된다. 이에 한국원자력환경공단에서는 극저준위 방사성폐기물의 처분을 위한 대형용기 2종을 개발하고 있다[2].

PT1 용기는 개발된 용기들 중 유일하게 포장과 운반, 처분 기능을 겸용으로 설계되었으며 기본설계특성은 Table 1과 같다. 다양한 종류의 금속류 폐기물과 금속 용융물, 잡고체 등을 처분할 수 있으며, 최대 설계중량이 35톤으로 많은 양의 폐기물을 한 번에 처분할 수 있는 장점이 있다. 운반 시 내부 폐기물 충격에 의한 용기 손상 방지를 위해 용기 내부를 뒷채움 그라우팅으로 채워 포장할 수 있으며, 폐기된 내용물의 방사능 준위에 따라 2단계 표층처분시설 또는 3단계 매립형 처분시설에 처분될 수 있다.

P4 용기는 유일하게 비금속 재질의 용기로, 토양이나 스캐블링 콘크리트 등의 대량으로 발생 가능한 극저준위 방폐물을 포장하고 처분하기 위한 겸용 형태의 소프트백 용기로 설계되었으며 기본 설계 특성은 Table 2와 같다. 현장 활용성을 고려하여 소프트백 본체에 슬링이 일체화로 부착된 형태이며, 대형 운반용기를 이용해 8개씩 운반된다. 극저준위 방폐물 포장용기로 개발되어 3단계 매립형 처분시설에만 처분될 수 있다.

2.2. 3단계 매립형 처분시설 특성과 극저준위 해체 방폐물 정치 방법

200 L 기준 26만 드럼을 처분하기 위해 설계된 3단계 매립형 처분시설은 5개의 처분트렌치로 이루어져 있으며 트렌치의 총 길이는 306 m이다. 트렌치는 3가지 종류이며 A1 (46 m)형, A2형 (71 m), A3형 (47 m)이며 동일한 트렌치 폭 33 m (상부), 11 m (하부), 10.94 m (깊이)를 가진다. 비규격형 해체방폐물 처분용기는 운반차량에 의해서 처분트렌치 외부의 임시저장시설까지 이동하며, 트렌치 내 해체방폐물 정치는 소형 트럭크레인 또는 대형크레인을 이용한다. 매립형 처분시설의 개념설계(안)은 Fig. 1과 같다. 극저준위 해체방폐물 처분용기는 정치효율을 고려하여 이격거리 없이 트렌치 내 정치하는 것을 고려하였으며, 처분트렌치 구조상 존재하는 사면부분의 경사영역과 처분용기의 수직적층이 가능한 수직영역, 사면부분의 중첩으

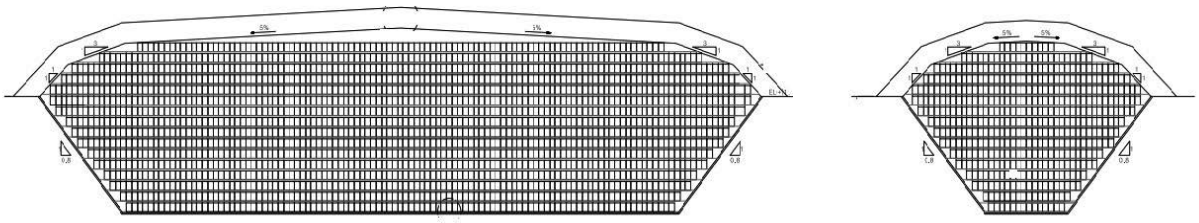


Fig. 1. Conceptual design of landfill trench disposal facility.

로 발생하는 모서리 영역으로 구분하여 처분용기의 정치 영역을 구분한다. 수직영역은 공간 활용성이 높지만 경사 영역은 용기의 규격이 커질수록 빈 공간이 많이 생겨 활용성이 낮아지므로 개발된 PT1 처분용기는 수직영역에 정치를 하고 비정형 처분용기인 P4 소프트백은 경사영역에 저장하는 정치 방안이 처분트렌치의 공간 활용성을 높일 수 있는 처분 시나리오로 도출된다.

2.3. 방사선원항

방사선원항은 극저준위 수준의 핵종농도를 고려하여 적용하였다. PT1의 경우 처분대상 폐기물로 금속폐기물을 선정하였으며, 극저준위 제한치의 ^{60}Co이 폐기물에 포함되어 있다고 가정하였다. 즉 ^{60}Co의 자체처분 허용농도인 0.1 Bq g^{-1}의 100배인 10 Bq g^{-1}의 농도를 각 용기에 적용하였다. P4의 경우 처분대상 폐기물로 스캐블링 콘크리트이며 사고 시 발생하는 에어로졸에 의한 내부피폭 평가 시 고려되는 주요 핵종인 ^{60}Co, ^{152}Eu, ^{154}Eu 핵종을 방사선원항으로 가정하였다[3]. 이때, 콘크리트 폐기물의 핵종별 농도는 공단에서 수행한 연구논문의 콘크리트의 방사화 평가 결과를 적용하였다[4]. 방사화 평가 논문에서는 생차폐 콘크리트의 불순물 정보 중 NUREG-3474의 불순물 농도 값을 적용하여 평가를 진행하였다[5]. 그리고 MCNP6 전산코드의 중성자 핵단면적 라이브러리는 ENDF-B/VII을 사용하였다. 불순물 농도와 MCNP6 전산코드의 F4 tally를 통해 도출된 방사화 영역에서의 평균 중성자속을 적용하여 베이트만 방정식을 이용하는 FISPACT 전산코드로 계산하였다. 이때 고리 1호기의 영구정지 후 해체 시점으로 예상되는 2026년도를 고려하여 10년의 방사화 기간을 가정하였으며, 생차폐 콘크리트 중 노심에 가장 가까운 표면(Cell 10)으로부터 20 cm 깊이 단위로 Cell 18 깊이까지의 방사화 평가를 통해 Table 3과 같이 핵종별 비방사능을 결정할 수 있다.

2.4. 시나리오별 가정사항

국제기준인 IAEA SSR-5 및 IAEA SSG-23에 제시되어 있는 처분시설 Safety Case 안전요건에 따라 한국원자력환경공단은 「처분시설 Safety Case 종합프로그램」을 개발하였다[6-8]. 이 프로그램에서 포장물의 낙하사고는 처분시설에서 운영하는 고가장비 및 설비(크레인, 지게차 등)으로 인해 운영 중 발생할 수 있는 사고 시나리오이며, 사고로 인한 영향은 누출된 위험물질의 호흡에 의한 방사선적 영향으로 분류하여 안전성평가를 통해 운영 중 안정성을 확보하도록 하고 있다. 따라서 본 연구에서는 처분시설 정상 운영 및 운영 중 사고 시나리오를 고려한 방사선작업 종사자에게 발생되는 내외부 피폭선량을 계산하여 법적 기준치와 비교하고 평가를 수행하였으며, 평가를 위해 수립한 시나리오별 가정사항은 다음과 같다.

2.4.1. 정상 운영조건

- ICRP-103의 권고에 따라 관리가능한 모든 피폭상황에 대해 정상운영 시 일어나는 잠재적 피폭은 감마선 방출 핵종(^{60}Co, ^{152}Eu, ^{154}Eu)에 의한 직접피폭만 고려
- 평가 대상 콘크리트, 금속 극저준위 방폐물의 특성상 운영 중 기체상 방사성핵종(^{3}H, ^{14}C, ^{129}I)에 의한 정상운영 중 피폭은 없는 것으로 가정

2.4.2. 운영 중 사고조건

- 3단계 처분시설 P4 처분량 32,000개 대비 중하물에 대한 낙하빈도 1.1×10^{-5} 낙하/인양 적용하여 운영기간 중 낙하사고 1회 발생 적용[9]
- P4 처분용기에 물리적 충격(충돌 및 전복)이 가해져 용기 손상
- 용기 손상에 의한 방사성핵종 누출량은 10%로 설정[10]
- 누출된 방사성핵종은 전부 에어로졸 형태로 누출됨을

Table 3. Evaluation results of major activation nuclei of bioshield concrete

		Activity (Bq g^{-1})			
		^{60}Co	^{152}Eu	^{154}Eu	Total
Bioshield concrete	Cell 10	9.50×10^{4}	1.41×10^{5}	2.99×10^{4}	2.66×10^{5}
	Cell 11	1.37×10^{3}	3.49×10^{3}	5.65×10^{2}	5.43×10^{3}
	Cell 12	6.13×10	1.99×10^{2}	1.41×10	2.74×10^{2}
	Cell 13	5.46	1.84×10^{1}	1.10	2.50×10
	Cell 14	5.45×10^{-1}	1.86	1.05×10^{-1}	2.51
	Cell 15	6.18×10^{-2}	2.13×10^{-1}	1.18×10^{-2}	2.87×10^{-1}
	Cell 16	7.53×10^{-3}	2.65×10^{-2}	1.37×10^{-3}	3.54×10^{-2}
	Cell 17	9.02×10^{-4}	3.21×10^{-3}	1.69×10^{-4}	4.28×10^{-3}
	Cell 18	1.27×10^{-4}	4.33×10^{-4}	2.28×10^{-5}	5.83×10^{-4}

가정[11]

- 피폭대상에 대한 방사선피폭은 에어로졸의 호흡에 의한 내부피폭과 오염된 지면(단면적 314 m^2)에 의한 외부 피폭을 고려
- 내부피폭 평가 시 누출된 에어로졸 형태의 핵종은 작업공간(2,094 m^3) 내 고르게 분포하는 것으로 가정
- 사고 후 작업자의 처리시간은 사고발생 후 1시간으로 설정

2.4.3. 3단계 표층처분시설 작업자의 피폭 선량 제한치

처분시설 방사선 관리구역에 출입하는 방사선작업종사자 등의 피폭선량 관리에 적용되는 국내 기준은 평균 20 mSv y^{-1}이며, 공단 자체 관리 피폭선량은 평균 4 mSv y^{-1}을 제시하고 있다. 운영 중 사고 시 피폭선량 기준은 작업자의 경우 원자력법 시행령 제2조 제5호의 방사선작업종사자의 연간 유효선량 한도인 50 mSv를 초과하지 않아야 한다.

3. 결과 및 고찰

3.1. 정상운영 시 작업자 피폭선량평가

본 평가에서는 3단계 매립형 처분시설 내에 처분량이 많을 것으로 예상되는 용기인 PT1 용기와 P4 용기(소프트백)가 처분되었을 때를 가정하여 처분작업시의 피폭선량을 평가하였다. 피폭선량평가 대상 신규 포장/운반/처분 겸용 용기의 상세 제원은 Table 4와 같다. 3단계 매립형 처분시설 개념설계 및 타당성조사 용역 보고서 기반 가정 조건과 용기 적층에 대한 구조적 검토를 통해 처분트렌치 내 처분용기의 배치를 결정하였다. PT1의 경우 가로×세로×적층 단수가 6×14×6이 되도록 배치하였고 P4의 경우 처분 트렌치의 경사면에 배치한다고 가정하였다. 이때, P4의 경우 경사면에 빈 공간이 없이 PT1가 적층된 높이까지 배치한다고 가정하였다. 그라우팅의 경우 PT1 용기 간의 수평 간에 빈 공간이 없도록 모델링하였으며 위의 단 사이로는 20 cm의 모래층 두께를 가지도록 6단을 모델링하였다. PT1와 P4 용기의 처분완료 후 처분 트렌치의 모습을 모델링한 결과는 Fig. 2와 같다. 보수적인 위치에서의 평가를 위해 트렌치 2개 동을 모델링하여 작업자 피폭선량을 평가하였다.

전산해석 모델링에 사용된 처분용기 및 폐기물 재질에 대한 화학조성, 밀도는 Table 5와 같다. 처분용기 중 강재로 구성된 재질의 밀도 및 질량분율은 ASME (American Society of Mechanical Engineers)에 제시된 사양을 적용하였다[12].

본 평가에서는 몬테카를로 해석방법을 사용하는 MCNP (Monte Carlo N-Particle Transport Code) 전산코드를 사용하였다[13]. 미국 로스 알라모스 국립 연구소(Los Alamos National Laboratory)에서 개발된 MCNP 코드는 방사선 수송해석 분야에서 가장 널리 사용되는 코드로서 확률적 분포를 가지는 방사선 거동 현상에 대해 무작위 수를 사용하여 통계적으로 입자의 거동을 시뮬레이션하는 계산 알고리즘을 사용한다. 이 방법은 다양한 물질 구조를 상세하게 모델링할 수 있을 뿐만 아니라 복잡한 구조에서도 중성자, 광자 등 대부분의 입자에 대해서도 정확한 차폐 계산이 가능하다. 또한, 세계적으로 계산의 정확

Table 4. Detail specification of large container

Container	Size [mm]			Density [g cm^{-3}]	Weight [T]	Filling rate
	Width	Length	Hight			
PT1	1,600	3,400	1,200	7.85	2.37	
Waste	1,442	3,242	939	7.85	32.63	100%
PT1 total weight					36.56	
P4	1,000	1,200	1,000	2.3	2.5	100%
P4 total weight					2.5	

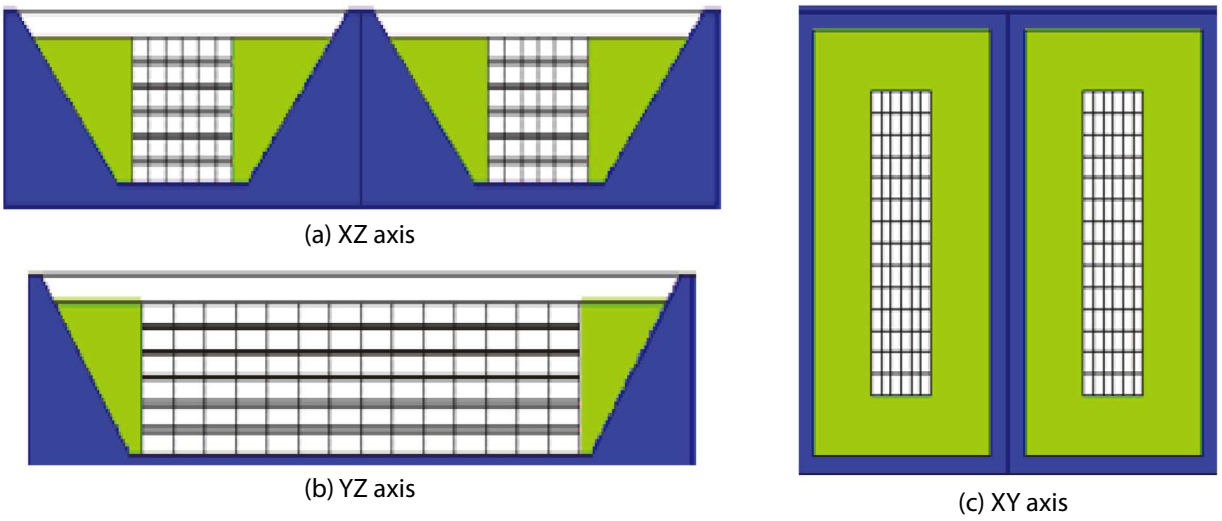


Fig. 2. MCNP modeling of landfill trench facility after large container loading.

성을 인정받고 있을 뿐만 아니라 그동안 이 코드의 가장 큰 단점으로 거론되던 계산시간에 있어서도 최근 전산 시스템의 놀라운 발전으로 인해 계산시간을 획기적으로 줄일 수 있는 하드웨어가 개발되면서 더욱 활용도가 높아지고 있는 추세이다. 핵단면적 라이브러리는 ENDF/B-VI를 기반으로 하는 MCPLIB84를 적용하였다. MCNP 코드에는 직접적으로 선량률을 평가할 수 있는 탤리(tally)가 존재하지 않는다. 따라서 MCNP 전산코드를 이용한 계산에서 관심구역에 가상의 탤리 구역을 설정하여 해당 위치에 대한 평균선속(flux)을 계산한 후, 해당위치에서 선량률로 표시될 수 있도록 선속-선량률 환산인자(flux to dose conversion factor)를 입력자료에 추가하였다. 선속-선량률 환산인자의 경우 Table 6에서 제시된 것과 같이 ICRP-74에서 보고된 자료를 사용하였다[14]. MCNP는 몬테카를로법을 사용하는 통계적 코드로서 결과값에 불확실성이 포함되며, 이는 평균값에 대한 표준편차를 평균값으로 다시 나눠준 상대오차(relative error)라는 개념으로 표현된다. 각각의 전체 선량률 계산결과에 대한 상대오차를 최대 10% 미만이 되도록 또한 적절한 영역 분할(geometry splitting)을 통한 분산 감소 기법과 입자개수를 조절하여 평가함으로써 계산결과에 대한 신뢰성을 확보하였다.

해체 방사성폐기물 대상 신규 처분용기 취급 시 방사선작업종사자의 피폭선량평가 시 적용한 기하학적 모델링 구성은 다음과 같은 기본적인 가정사항을 적용하였다.

- 대기산란 방사선에 의한 영향(Skyshine Effect)을 반영하기 위해 20 m의 공기층 고려
- 처분용기 내부 방사성 내용물은 보수적인 결과 도출을 위해 총 중량을 고려하여 적정 체적만큼 포화되고, 동체적 내에는 공극이 없는 것으로 가정

Table 5. Compositions of material using MCNP modeling

Item	Material	Density (g cm^{-3})	Component	
			Nuclide	Composition (wt%)
Trench structure & radioactive waste	Concrete	2.30	H	1.0
			O	53.2
			Na	2.9
			Al	3.4
			Si	33.7
			Ca	4.4
			Fe	1.4
Container & metal ingot	Metal (SS400)	7.85	C	0.28
			Si	0.45
			P	0.05
			S	0.05
			Mn	1.40
			Fe	97.77
Air	–	0.0001225	N	0.76
			O	0.24

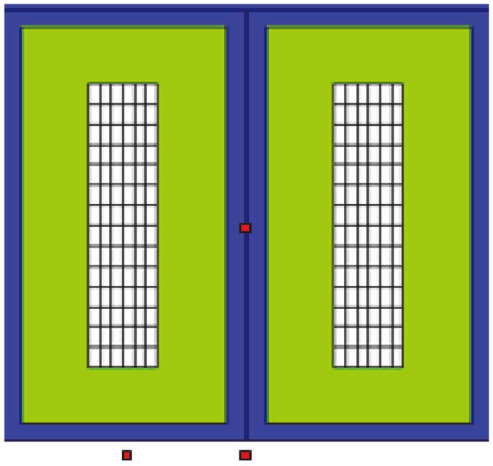


Fig. 3. Tally locations of landfill trench facility.

- 방사성 내용물 내의 감마선원은 균일하게 분포하도록 가정
- 평균선속 계산을 위한 F4 탤리 (tally) (volume detector; 상대오차 10% 미만)를 적절한 위치에 설정함

방사선작업종사자의 피폭선량을 평가하기 위해 Fig. 3과 같이 각 트렌치 앞에서 10 cm 떨어진 위치와 두 트렌치 사이의 중심에서 탤리를 설정하여 평가를 진행하였다. 3단계 처분시설의 경우 극저준위 방폐물을 처분하기 때문에 직접피폭선량이 매우 낮을 것임을 예측 가능하고, 이에 따라 결과를 얻기가 어려울 것임을 알 수 있다. 이를 해결하기 위하여 먼저 두 트렌치가 모두 개방되어 있다고 가정하였고, 트렌치 위의 크레인 쉘터 등의 구조물을 생략하여 모델링을 진행하였다.

3.2. 운영 중 사고 시 작업자 피폭선량 평가방법 및 결과

극저준위 해체 방폐물 처분용기를 처분 트렌치 내 정치하는 과정에서 크레인 오작동이나 작업자 실수 등으로 하부에 적치된 방폐물 포장물 위로 낙하하여 포장물이 손상되는 밀폐/격납기능 상실 사고이다. 이동식크레인은 오작동 시 그리퍼가 폐기물 포장물을 떨어뜨리지 않도록 설계되어 있으나 운전자의 실수 등으로 포장물이 낙하하거나 주변 구조물 및 포장물과의 충돌로 인해 취급 중인 폐기물 포장물의 손상 가능성을 배제할 수 없다. 작업자 피폭은 손상된 방폐물 포장물을 처리하는 과정에서 발생하는 작업자의 호흡으로 인한 내부피폭, 방사능운에 의한 외부피폭을 고려하였다.

현재 미국에서 운영 중인 DOE의 WIPP 처분시설에서 적용하고 있는 사고 시 (낙하, 폭발, 화재) 정의된 방사선원항은 다음과 같다[15].

Table 6. Dose conversion factor of ICRP 74

Energy (MeV)	Conversion factors ($mSv\ hr^{-1}\ cm^{-2}\ sec^{-1}$)	Energy (MeV)	Conversion factors ($mSv\ hr^{-1}\ cm^{-2}\ sec^{-1}$)
0.01	2.20×10^{-7}	0.5	1.06×10^{-5}
0.015	2.99×10^{-6}	0.6	1.24×10^{-5}
0.02	3.78×10^{-6}	0.8	1.58×10^{-5}
0.03	2.92×10^{-6}	1	1.87×10^{-5}
0.04	2.30×10^{-6}	1.5	2.48×10^{-5}
0.05	1.98×10^{-6}	2	3.10×10^{-5}
0.06	1.84×10^{-6}	3	4.00×10^{-5}
0.08	1.91×10^{-6}	4	4.82×10^{-5}
0.1	2.20×10^{-6}	5	5.58×10^{-5}
0.15	3.20×10^{-6}	6	6.34×10^{-5}
0.2	4.32×10^{-6}	8	7.78×10^{-5}
0.3	6.48×10^{-6}	10	9.22×10^{-5}
0.4	8.57×10^{-6}		

Table 7. Results of exposure dose rate in normal operating condition

Container	Tally	Tally location	Dose rate ($mSv\ hr^{-1}$)	Dose rate ($mSv\ yr^{-1}$)	Criteria ($mSv\ yr^{-1}$)
PT1 & P4	#1	10 cm distance from the front of a trench	4.261×10^{-7}	0.852×10^{-3}	20
	#2	10 cm distance from the front of trenches	5.251×10^{-7}	1.050×10^{-3}	
	#3	Centeral position of each trench	1.621×10^{-6}	3.242×10^{-3}	

$$Q = MAR \times DR \times ARF \times RF \times LPF \quad (1)$$

여기서, MAR (Material At Risk)은 위험을 유발할 수 있는 방사능의 양(Ci)이며, 사고에 관련된 폐기물 용기 수를 단위 포장물의 방사능의 곱으로 계산되어진다. DR (Damage Ratio)은 사고에 의해 MAR의 손상 비율이며 0.1 (10%)를 적용하였다. ARF (Airborne Release Fraction)는 공중으로 부유하는 입자와 사고 이후 누출된 공기 중에 있는 방사성물질 분율이다. RF (Respirable Fraction)는 호흡할 수 있는 분율로서, 호흡을 통하여 흡입될 수 있는 입자의 분율로 누출된다. LPF (Leak Path Factor)는 누설경로 인자로서 사고 후에 공기 밖으로 걸러지지 않는 물질의 분율이며 그 값은 1을 적용하였다.

즉, 이 정의에 따르면 ARF×RF 값이 결국 사고발생 이후 실질적으로 영향을 주는 비율로 볼 수 있는데 미국의 처분시설은 사고 시 대부분 이 값을 최대 0.001 (0.1%)로 가정하였다. 이 정의는 DOE-HDBK-3010-94 "Airborne Release Fractions Rates and Respirable Fractions for Non-reactor Nuclear Facilities"에서 정의한 사고 시 누출율 평가에서 준용한 것이다[16].

사고발생 후 내부피폭에 의한 유효선량은 다음 식으로 계산된다. 사고 시 후속조치 시간에 따른 방사성붕괴와 침적으로 인한 피폭선량 감소 효과는 고려하지 않으며, 호흡률은 미국 규제지침서 RG 1.4에서 제시한 사고발생 후 0~2시간 동안 작업자의 평균 호흡률인 $12.4\ m^3\ h^{-1}$를 사용하였다[17].

$$D_{inh} = \sum(Q_i \times DCF_{thi}) \times Br \times T/V \quad (2)$$

여기서, D_{inh}: 호흡에 의한 내부피폭선량(mSv)
Q_i: 방사성핵종 i의 방사능 방출량(Bq)
DCF_{thi}: 방사성핵종 i의 흡입선량환산인자($mSv\ Bq^{-1}$)
Br: 작업자 평균 호흡률($m^3\ h^{-1}$)
T: 사고 시 후속조치 작업시간(h)
V: 사고 시 고려된 공간의 부피(m^3)

사고발생 후 외부피폭에 의한 유효선량은 다음 식으로 계산된다.

$$H_{ed} = \sum(Q_i \times DCF_{edi}) \times T/V \quad (3)$$

Table 8. Results of exposure dose rate in case of drop accident

Nuclei	P4 Softbag (Waste : Scabbled Concrete)					
	Radioactive (Bq Package^{-1})	Release amount (Bq)	Internal dose (mSv)	Extenal dose rate (mSv)	Total (mSv)	Criteria (mSv yr^{-1})
^{60}Co	1.09×10^{6}	1.09×10^{4}	2.21×10^{-5}	3.27×10^{-6}	2.54×10^{-5}	50
^{152}Eu	3.72×10^{6}	3.72×10^{4}	3.11×10^{-5}	7.71×10^{-6}	3.88×10^{-5}	
^{154}Eu	2.1×10^{6}	2.1×10^{3}	2.51×10^{-6}	6.13×10^{-7}	3.12×10^{-6}	
Total	5.02×10^{6}	5.02×10^{4}	5.57×10^{-6}	1.16×10^{-7}	6.73×10^{-6}	

여기서, H_{ed}: 외부피폭선량(mSv)

Q_i : 방사성핵종 i의 방사능 방출량(Bq)

DCF_{edi}: 오염된 지면 1 m 높이에서의 방사성핵종 i의 외부피폭 유효선량 계수(mSv m^2 Bq^{-1} sec^{-1})

T: 사고 시 후속조치 작업시간(h)

V: 사고 시 고려된 면적(m^2)

입자의 화학적 흡수형태는 ICRP와 IAEA에서 기본값으로 권고하는 형태 중 가장 보수적인 M (Moderate) 타입으로 적용하였다. 호흡에 의한 내부피폭 선량계수는 ICRP 72 그리고 외부피폭 선량계수는 DOE/EH-0070 "External Dose rate Conversion Factors for Calculation of Dose to the Public"의 값을 적용하였다[18,19]. 운영 중 사고 시 대기누출에 따른 각 핵종별 피폭선량평가 결과는 Table 8과 같다.

4. 결 론

본 연구에서는 원전 해체 시 발생하는 극저준위 방폐물 대상으로 개발 중인 신규 대형용기의 운영 시 작업자피폭선량평가를 수행하였다. 운영 시나리오는 정상과 운영 중 사고조건으로 구분하였으며 각 조건에 대하여 원자력안전법상의 작업자피폭선량 기준과 비교하여 처분적합성을 평가하였다. MCNP를 이용한 정상운영조건에 대한 피폭선량평가는 모든 탤리에서의 결과 값이 정상조건 운영 중 작업자피폭선량 기준보다 낮게 평가되었으며, 가장 높은 값을 가지는 3번 탤리에서도 1.621×10^{-6} mSv hr^{-1}의 값으로 평가되었다. 트렌치 처분시설 운영 중 관리를 위한 연 작업시간(2000시간) 고려 시 작업자 1명이 받는 최대피폭선량은 3.242 μSv y^{-1}로 기준인 정상 운영 중 20 mSv y^{-1}와 비교하여 매우 작은 값임을 알 수 있다. 운영 중 사고조건에 대한 피폭선량평가는 P4 용기 낙하로 인한 파손 시 발생하는 방사성 콘크리트 에어로졸의 주요 방사성핵종(^{60}C0, ^{152}Eu, ^{154}Eu)을 고려한 내외부 피폭선량평가를 수행하였다. 그 결과 3단계 처분시설 운영을 고려한 P4 용기의 년 1회 사고 발생 시 작업자 내부피폭선량은 5.57×10^{-5} mSv이며, 외부피폭선량은 1.16×10^{-5} mSv로 국내 기준인 사고 시 작업자 피폭선량 50 mSv y^{-1}을 만족하는 것으로 확인되었다. 본 연구 결과를 통해 확인된 3단계 매립형 처분시설의 극저준위 해체방폐물 처분 작업자에 대한 예비 피폭선량평가 결과를 바탕으로 ALARA 측면을 고려한 3단계 매립형 처분시설 운영 중 적절한 작업절차, 방사선비상계획 그리고 비상훈련과 같은 사전예방 및 사고경감조치를 수립을 위한 기초자료로 활용될 수 있을 것으로 사료된다.

사 사

본 논문은 에너지기술평가원(KETEP)에서 주관하는 원자력핵심기술개발 "방사성폐기물 종류별 물리적 특성 규명을 통한 처분시설 폐쇄 후 안전성 평가 체계 고도화" 과제(과제번호 : RS-2023-00235182)의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

1. Sohn H-D, Park K-S, Kim H-W, Kim C-W, Hwang Y-H and Yoon J-Y. 2020. The study for activation evaluation on activated structures in nuclear power plant with 40 years operation history. *Annals of Nuclear Energy* **141**:107305. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.107305.

2. Dho H-S, Kang H-G, Cho Y-S, Cho C-H. 2022. Annual report of Development of Waste Package, Transportation and Disposal Containers for Decommissioning Wastes of Nuclear Power Plant. Korea Radioactive Waste Agency report. RND-K-TR-003.
3. Park J, Yang W, Chae N, Lee M and Choi S. 2020. Internal Dose Assessment of Worker by Radioactive Aerosol Generated During Mechanical Cutting of Radioactive Concrete. *JNFCWT* **18**(2):157-167. https://doi.org/10.7733/jnfcwt.2023.031.
4. Kang G-W, Kim R-A, Do H-S, Kim T-M and Cho C-H. 2021. A study on the evaluation of surface dose rate of new disposal containers though the activation evaluation of bio-shield concrete waste from kori unit 1. *JNFCWT* **19**(1):133-140. https://doi.org/10.7733/jnfcwt.2021.19.1.133.
5. Evans JC, Lepel EL, Sanders RW, Wilker CL, Silker W, Thomas CW, Abel KH and Robertson DR. 1984. Long-lived activation products in reactor materials. Pacific Northwest Laboratory Report, 85-89, NUREG/CR-3474.
6. International Atomic Energy Agency. 2011. Disposal of Radioactive Waste", No. SSR-5.
7. International Atomic Energy Agency. 2012. The safety case and safety assessment for the disposal of radioactive waste, No. SSG-23.
8. Korea Radioactive Waste Agency. 2014. The safety case program for disposal facility.
9. Lloyd RL. 2001. Technical Assessment Generic Issue 186: Potential Risk and Consequences of Heavy Load Drops in Nuclear Power Plants. Pre-draft NUREG-XXXX (ML012620352). Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission. ACC: MOL.20011107.0009.
10. Oztunali OI and Roles GW. 1986. Update of Part 61 Impact Analysis Methodology. U.S. Nuclear Regulatory, Vol.1, NUREG/CR-4370.
11. Anigstein R, Chmelynski HJ, Loomis DA, Marschke SF, Mauro JJ, Olsher RH, Thurber WC and Meek RA. 2003. Radiological assessments for clearance of materials from nuclear facilities, U.S. Nuclear Regulatory Commission Report, NUREG-1640.
12. ASME Boiler & Pressure Vessel Code. 2015. Materials-Property (Metric), ASME Section II.
13. Los Alamos National Laboratory. 2013. MCNP6 Users Manual - Code Version 1.0, 15-40, LA-CP-13-00634.
14. International Commission on Radiological Protection. 1997. Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation. ICRP Publication 74. Pergamon Press, Oxford, UK.
15. U.S. Department Of Energy. 2006. Waste Isolation Pilot Plant Contact Handled Waste Documented Safety Analysis. DOE/WIPP-95-2065.
16. U.S. Department Of Energy. 2013. Airborne Release Fractions Rates and Respirable Fraction for Non-reactor Nuclear Facilities. DOE/HDBK-3010-94.
17. U.S. NRC. 1974. Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant Accident for Pressurized Water Reactors, Regulatory Guide 1.4.
18. International Commission on Radiological Protection. 1997. Age dependent dose to members of the public from intake of radionuclides; Part5 compilation of ingestion and inhalation dose coefficients, ICRP publication 72, Pergamon Press, Oxford, UK.
19. U.S. Department Of Energy. 1988. External Dose rate Conversion Factors for Calculation of Dose to the Public. DOE/EH-0070.